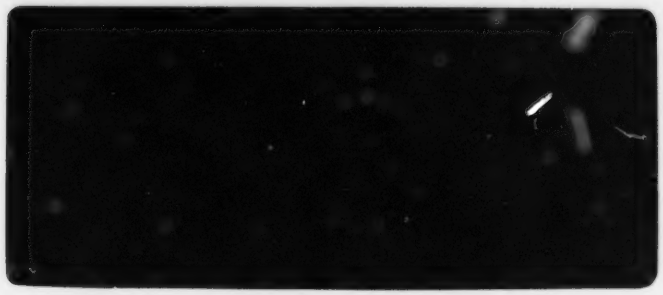
ACNS Advisory Committee on Nuclear Safety

CCSN Comité consultatif de la sûreté nucléaire



An Advisory Committee of the Atomic Energy Control Board of Canada — Secretariat: Ottawa, Canada K1P 5S9

Comité consultatif de la Commission de contrôle de l'énergie atomique du Canada — Secrétariat: Ottawa, Canada K1P 5S9

COMMITTEE REPORTS

Since the 1950's the Atomic Energy Control Board has made use of advisory committees of independent experts to assist it in its decision-making process. In 1979 the Board restructured the organization of these consultative groups, resulting in the creation of two senior level scientific committees charged with providing the Board with independent advice on principles, standards and general practices related to radiation protection and the safety of nuclear facilities. The two committees are the Advisory Committee on Radiological Protection (ACRP), formed in 1979, and the Advisory Committee on Nuclear Safety (ACNS), which was established a year later. Summaries of meetings of the committees are available to the public in the AECB library in Ottawa.

From time to time the committees issue reports which are normally published by the AECB and catalogued within the AECB's public document system. Committee reports, bound with a distinctive cover, carry both a committee-designated reference number, e.g. ACRP-1, and an AECB reference number in the "INFO" series. The reports generally fall into two broad categories: (i) recommendations to the Board on a particular technical topic, and (ii) background studies. **Unless specifically stated otherwise, publication by the AECB of a committee report does not imply endorsement by the Board of the content, nor acceptance of any recommendations made therein.**

RAPPORTS DES COMITÉS

Depuis les années 1950, la Commission de contrôle de l'énergie atomique a recours à des comités consultatifs composés d'experts indépendants pour l'aider dans ses prises de décision. En 1979, la CCEA a restructuré l'organisation de ces groupes de consultation pour former deux comités scientifiques supérieurs chargés de lui fournir des conseils indépendants à l'égard des principes, des normes et des méthodes générales touchant la radioprotection et la sûreté des installations nucléaires: ce sont le Comité consultatif de la radioprotection (CCRP), formé en 1979, et le Comité consultatif de la sûreté nucléaire (CCSN), établi l'année suivante. Le public peut consulter les comptes rendus des réunions des comités à la bibliothèque de la CCEA, à Ottawa.

De temps en temps, les comités préparent des rapports qui sont normalement publiés par la CCEA et catalogués dans la collection des documents publics de la CCEA. Reliés sous une couverture particulière, les rapports des comités sont identifiés par un numéro de référence attribué par le comité d'origine, comme CCRP-1, et par un numéro de référence donné par la CCEA dans la série "INFO". Les rapports se divisent habituellement en deux catégories générales: (i) recommandations présentées à la Commission concernant un sujet d'ordre technique particulier, et (ii) études générales. **À moins d'indication contraire, toute publication d'un rapport de comité effectuée par la CCEA ne signifie pas que la Commission approuve le contenu de la publication, ni qu'elle accepte les recommandations qui y sont faites.**

INFO - 0317

ACNS Advisory Committee on Nuclear Safety

CCSN Comité consultatif de la sûreté nucléaire

ACNS-13

The Commissioning of Nuclear Power Plants

by the

Advisory Committee on Nuclear Safety

September 1989

An Advisory Committee of the Atomic Energy Control Board of Canada — Secretariat: Ottawa, Canada K1P 5S9

Comité consultatif de la Commission de contrôle de l'énergie atomique du Canada — Secrétariat: Ottawa, Canada K1P 5S9

The Commissioning of Nuclear Power Plants

Abstract

In response to a request for advice from the Atomic Energy Control Board, the objective and requirements which should be met in commissioning nuclear power plants are presented. Whenever practical, full system in situ tests should be performed. If a full system in situ test is not practical, alternative means are suggested.

The Commissioning of Nuclear Power Plants

Preface

On May 7, 1987, the President of the Atomic Energy Control Board (AECB) invited the Advisory Committee on Nuclear Safety (ACNS) to advise specifically on the following points related to the commissioning of nuclear power plants:

- objectives to be achieved during commissioning;
- criteria for the selection of systems or equipment to be included in a commissioning program;
- criteria for the demonstration of the operational effectiveness of identified systems or equipment, including the extent of full system testing, and the bases for acceptance criteria; and
- criteria for judging when commissioning tests are impractical.

The request followed an analysis of difficulties encountered in carrying out commissioning tests on some safety systems, - difficulties which had been documented in a report prepared for the Board by its staff [1]. That report concluded that a review should re-examine all aspects related to the practicality of performing more demanding tests and consider the requirements pertaining to the timing of submission of commissioning information.

Table of Contents

	Page
Abstract	(i)
Preface	(ii)
Table of Contents	(iii)
1. INTRODUCTION	1
2. ANALYSIS OF CURRENT PROBLEMS	1
3. COMMISSIONING OBJECTIVE AND REQUIREMENTS	2
3.1 Objective	2
3.2 Requirements	3
4. CONCLUDING REMARKS	4
5. GLOSSARY	5
References	6
Acknowledgements	7

THE COMMISSIONING OF NUCLEAR POWER PLANTS

1. INTRODUCTION

In 1983, the Advisory Committee on Nuclear Safety (ACNS) addressed the problem of commissioning in its report ACNS-4, "Recommended General Safety Requirements for Nuclear Power Plants" [2], and stated that "Commissioning includes all those tests, examinations and other activities conducted prior to commercial operation to ensure that the plant, as constructed, meets all the design requirements". The ACNS also stated in ACNS-4 three requirements for the commissioning of nuclear power plants:

1) A detailed, comprehensive, documented program shall be prepared and followed to demonstrate that all components, systems and structures relevant to safety meet, or can meet, the design intent.

2) Prior to the nuclear reactor being made critical for the first time, there shall be documented evidence that the safety systems are fully operable and can meet their design requirements.

3) The actual state or behaviour of all components, systems and structures relevant to safety, as determined by the commissioning program, shall be appropriately documented to provide a basis for subsequent tests and inspections during the plant's life.

Elsewhere, the International Atomic Energy Agency has defined commissioning as: "the process during which plant components and systems, having been constructed, are made operational and verified to be in accordance with design assumptions and to have met the performance criteria; it includes both nuclear and non-nuclear tests" [3]. This definition is consistent with the ACNS-4 description and requirements, with the understanding that design assumptions correspond to design requirements.

2. ANALYSIS OF CURRENT PROBLEMS

The ACNS has reviewed the AECB document, BMD-87-55 [1], and has discussed the problems described therein with AECB staff members and with representatives of Ontario Hydro. It has also reviewed ACNS-4 [2] and other documents [4,5,6] concerned with the commissioning of nuclear power plants. While there is general agreement about what commissioning activities must be undertaken for component tests and for system performance tests for normal plant operation, there are major differences of opinion between licensees and Board staff in relation to safety systems that are designed to mitigate or contain accidents which, in turn, could lead to serious fuel damage with the release of radioactive fission products. The most important of these systems are the special safety systems. They comprise the shutdown systems, the emergency-core-cooling systems, and the containment systems. These are included in station designs as part of the "defence-in-depth" and are primarily aimed at protecting the public against the consequences of serious failures (such as major coolant pipe ruptures). Their performance specifications have been established by the AECB [4,5,6].

By their very nature, some of these special safety systems would, if called upon in-service, interfere or interact with the systems required for normal plant operation. One example of this is the operation of the emergency-core-cooling system, which injects cool ordinary (light) water into a hot primary coolant system normally filled with expensive heavy water. Another example is the operation of the dousing system in a CANDU-600 plant, which creates a deluge of water to condense the steam resulting from a major rupture of the primary coolant system and, in so doing, floods areas of the plant containing process control and other sensitive equipment.

It has been argued by licensees that performing a ***full system in situ test**** on a safety system such as those described above could have a significant detrimental effect on plant cost and schedule and could in some cases impose emergency stress levels on process equipment. The necessity for performing such tests, however, was demonstrated at Bruce A when a test of the dousing system, which the licensee had not considered necessary, but which had been ordered by the AECB, revealed a serious design weakness in the fiberglass risers. A more current example of the difficulties involved is the testing of the recovery system for the emergency-core-cooling system at the multi-unit Darlington station. Because of the recovery system configuration and the station construction sequence adopted, it now appears that a full system in situ test of the emergency-core-cooling system, which should have been performed for each unit, can be done only on unit 2 (the first one to start up) if significant delays and possible equipment damage are to be avoided.

From the above review the ACNS has concluded that, in the past, insufficient attention may have been given to

- scheduling construction so as to accommodate full system in situ tests (particularly in multi-unit stations);
- the incorporation of design features that will permit ***partial system in situ tests*** to demonstrate full system in situ performance, where a full system in situ test is not practical;
- undertaking ***equipment qualification tests*** of ***safety-related*** components, subsystems, systems, and structures;
- ensuring that safety-related components, subsystems, systems and structures that must continue functioning following the operation of special safety systems are qualified for the appropriate conditions.

3. COMMISSIONING OBJECTIVE AND REQUIREMENTS

Considerations related to the commissioning of safety systems are presented below through a review of the ACNS position, stated in ACNS-4, on the objective of commissioning and on the requirements to meet the objective.

3.1 Objective

The ACNS reiterates that the objective of commissioning is to ensure that each component, subsystem, system, or structure in a plant will be capable of fulfilling its design requirements throughout its design life. Since planning

* Italics are defined in the glossary.

and execution constitute major components of commissioning, this objective will only be achieved if execution of all the tests and examinations is properly integrated into the construction schedule.

3.2 Requirements

The ACNS considers that the specific requirements for the commissioning of the special safety systems, which are stated in AECB Regulatory Guides C-7, C-8 and C-9 [4,5,6], and which were reviewed while in draft form by the ACNS [7], are consistent with the general requirements recommended in ACNS-4.

The requirements for commissioning stated in ACNS-4 (Section F) are repeated here, with some amplification provided to assist in resolving current commissioning problems and to help avoid such problems in the future.

F.1 A DETAILED, COMPREHENSIVE, DOCUMENTED PROGRAM SHALL BE PREPARED AND FOLLOWED TO DEMONSTRATE THAT ALL COMPONENTS, SYSTEMS AND STRUCTURES RELEVANT TO SAFETY MEET, OR CAN MEET, THE DESIGN INTENT.

Plans for the commissioning program should be established as early as possible in the design stage and should be periodically up-dated as the design evolves. These plans should ensure that construction activity, or operation of a previously completed unit in a multi-unit station, does not preclude any necessary commissioning actions or interfere with the achievement of the objective in any way.

The designer must include consideration of the eventual need to demonstrate the performance of the system, subsystem, component, or structure as installed in a plant. The use of the phrase "or can meet" in this requirement recognizes that full system in situ performance testing of safety-related equipment under expected load and environmental conditions will not always be practical or even necessary. In these cases, other means must be provided to demonstrate that the design intent for this equipment can be met, as discussed under requirement F.2, below.

F.2 PRIOR TO THE NUCLEAR REACTOR BEING MADE CRITICAL FOR THE FIRST TIME, THERE SHALL BE DOCUMENTED EVIDENCE THAT THE SAFETY SYSTEMS ARE FULLY OPERABLE AND CAN MEET THEIR DESIGN REQUIREMENTS.

To meet the intent of requirement F.2, it will be necessary to demonstrate and document that safety-related systems, subsystems, components and structures will perform as required according to design specifications under expected load and environmental conditions. These load and environmental conditions should be as predicted by best-estimate or conservative safety analyses.

For operating systems, the performance criterion can be satisfied if the design of such a system will permit full system in situ testing or, alternatively, partial system in situ testing of subsystems and components in a way which will demonstrate that the system as a whole will function as intended. However, features which permit partial testing must not jeopardize the functional intent of the system as a whole. To meet the documented evidence requirement, documentation must be made available which includes the results of any relevant

concept, component, subsystem, system, or structural testing and provides evidence of appropriate equipment qualification testing [8]. This approach serves equally well for new safety-related equipment which is introduced into an existing nuclear power plant.

For safety-related structures such as containment, the normal strength, integrity, and leak-rate tests required by the applicable codes and regulatory guides for such structures should be used to demonstrate compliance with design requirements. If a licensee does not wish to qualify process components for the environmental conditions accompanying such tests, then the construction schedule should be arranged to permit completion of the tests prior to installation of the unqualified components.

F.3 THE ACTUAL STATE OR BEHAVIOUR OF ALL COMPONENTS, SYSTEMS AND STRUCTURES RELEVANT TO SAFETY, AS DETERMINED BY THE COMMISSIONING PROGRAM, SHALL BE APPROPRIATELY DOCUMENTED TO PROVIDE A BASIS FOR SUBSEQUENT TESTS AND INSPECTIONS DURING THE PLANT'S LIFE.

No amplification is required.

4. CONCLUDING REMARKS

With reference to the specific points mentioned in the Preface, the objective to be achieved during commissioning is to ensure that each component, subsystem, system, or structure in a plant will be capable of fulfilling its design requirements throughout its design life. The evidence required to provide this assurance necessarily includes the equipment qualification test results as well as the in situ test results.

All systems must be included in the commissioning program. As mentioned, there may be cases when a full system in situ test of a safety system is impractical or even unnecessary. In such cases, other means must be utilized, such as partial system in situ tests, to ensure that the design intent is met.

The requirements noted and elaborated upon above are considered by the ACNS to be essential for the proper commissioning of any nuclear power plant. They apply equally well to a new plant, or to new safety-related equipment introduced into an already operating plant.

5. GLOSSARY

EQUIPMENT QUALIFICATION TEST - a test conducted to demonstrate that a safety-related system, subsystem, component, or structure will function as required to meet the design intent under the load and environmental conditions, including accident conditions, to which it could be subjected in situ. The state of the equipment under test should reflect the expected age-related degradation over its in situ life-time (usually the end-of-design-life condition), to the extent that valid accelerated aging techniques exist.

FULL SYSTEM IN-SITU TEST - a functional test of a complete safety system as installed in the nuclear power plant.

PARTIAL SYSTEM IN-SITU TEST - in some cases, a full system in situ test of a safety system may not be practical or even necessary. In such cases, it must be demonstrated by partial system in situ tests that the safety system can meet its design intent. Acceptable partial system in situ tests may include:

a) for safety systems consisting of independent subsystems, components or structures (e.g., containment systems), separate tests of each independent subsystem, component or structure;

b) for safety systems having no independent subsystems, components or structures, overlap tests, in which, initially, the entire system is tested with the exception of one component whose operation or function is blocked, while, subsequently, the entire system is tested again with the previously blocked component operational and with another component, which was originally operational, now prevented from operating or fulfilling its function.

In both cases, the tests must demonstrate conclusively that the system as a whole would fulfill its design intent when called upon.

SAFETY-RELATED - the term "safety-related" is applied to those systems, subsystems, components, structures, design features, and activities which, by virtue of failure to perform in accordance with the design intent, could contribute significantly to the radiological risk to the public or plant personnel. The term "safety-related" is applied to a broad range of items, from those having very important functions to those with a less direct effect on safety. In general, the larger the risk contribution due to the item's failure, the stronger the "safety-related" connotation.

REFERENCES

1. Review of Commissioning of CANDU Nuclear Power Plants in Light of Problems During ECI Tests on Pickering A, Unit 1. AECB BMD-87-55, December 1986.

2. Recommended General Safety Requirements for Nuclear Power Plants. ACNS-4, AECB INFO-0116, June, 1983.

3. Commissioning Procedures for Nuclear Power Plants. A Safety Guide. IAEA Safety Series 50-SG-04, 1980.

4. Requirements for Containment Systems for CANDU Nuclear Power Plants. AECB Consultative Document C-7/Rev-1, May, 1982.

5. Requirements for Shutdown Systems for CANDU Nuclear Power Plants. AECB Consultative Document C-8/Rev-1, May, 1982.

6. Requirements for Emergency Core Cooling Systems for CANDU Nuclear Power Plants. AECB Consultative Document C-9/Rev-1, May, 1982.

7. Recommendations on AECB Draft Licensing Guides Nos. 40, 41, 42. ACNS-1, AECB INFO-0054, June, 1981.

8. Code on the Safety of Nuclear Power Plants: Design. IAEA Safety Series No. 50-C-D (Rev.1), 1988, sections 1206, 1207.

Acknowledgements

Members of the Working Group:

A. Biron, Chairman

O.R. Lundell

A. Pearson

J.T. Rogers

Members of the Secretariat assisting:

R.J. Atchison

P. Smith (typing)

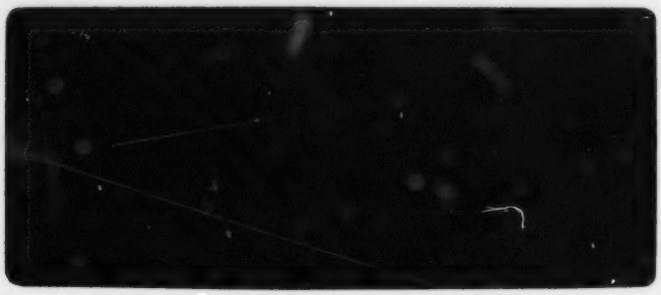
All the members of the Advisory Committee on Nuclear Safety.

ACNS Advisory Committee on Nuclear Safety

CCSN Comité consultatif de la sûreté nucléaire

An Advisory Committee of the Atomic Energy Control Board of Canada — Secretariat: Ottawa, Canada K1P 5S9

Comité consultatif de la Commission de contrôle de l'énergie atomique du Canada — Secrétariat: Ottawa, Canada K1P 5S9



COMMITTEE REPORTS

Since the 1950's the Atomic Energy Control Board has made use of advisory committees of independent experts to assist it in its decision-making process. In 1979 the Board restructured the organization of these consultative groups, resulting in the creation of two senior level scientific committees charged with providing the Board with independent advice on principles, standards and general practices related to radiation protection and the safety of nuclear facilities. The two committees are the Advisory Committee on Radiological Protection (ACRP), formed in 1979, and the Advisory Committee on Nuclear Safety (ACNS), which was established a year later. Summaries of meetings of the committees are available to the public in the AECB library in Ottawa.

From time to time the committees issue reports which are normally published by the AECB and catalogued within the AECB's public document system. Committee reports, bound with a distinctive cover, carry both a committee-designated reference number, e.g. ACRP-1, and an AECB reference number in the "INFO" series. The reports generally fall into two broad categories: (i) recommendations to the Board on a particular technical topic, and (ii) background studies. **Unless specifically stated otherwise, publication by the AECB of a committee report does not imply endorsement by the Board of the content, nor acceptance of any recommendations made therein.**

RAPPORTS DES COMITÉS

Depuis les années 1950, la Commission de contrôle de l'énergie atomique a recours à des comités consultatifs composés d'experts indépendants pour l'aider dans ses prises de décision. En 1979, la CCEA a restructuré l'organisation de ces groupes de consultation pour former deux comités scientifiques supérieurs chargés de lui fournir des conseils indépendants à l'égard des principes, des normes et des méthodes générales touchant la radioprotection et la sûreté des installations nucléaires: ce sont le Comité consultatif de la radioprotection (CCRP), formé en 1979, et le Comité consultatif de la sûreté nucléaire (CCSN), établi l'année suivante. Le public peut consulter les comptes rendus des réunions des comités à la bibliothèque de la CCEA, à Ottawa.

De temps en temps, les comités préparent des rapports qui sont normalement publiés par la CCEA et catalogués dans la collection des documents publics de la CCEA. Reliés sous une couverture particulière, les rapports des comités sont identifiés par un numéro de référence attribué par le comité d'origine, comme CCRP-1, et par un numéro de référence donné par la CCEA dans la série "INFO". Les rapports se divisent habituellement en deux catégories générales: (i) recommandations présentées à la Commission concernant un sujet d'ordre technique particulier, et (ii) études générales. **À moins d'indication contraire, toute publication d'un rapport de comité effectuée par la CCEA ne signifie pas que la Commission approuve le contenu de la publication, ni qu'elle accepte les recommandations qui y sont faites.**

INFO - 0317

ACNS Advisory Committee on Nuclear Safety

CCSN Comité consultatif de la sûreté nucléaire

CCSN-13

La mise en service des centrales nucléaires

par le

Comité consultatif de la sûreté nucléaire

septembre 1989

An Advisory Committee of the Atomic Energy Control Board of Canada Secretariat: Ottawa, Canada K1P 5S9

Comité consultatif de la Commission de contrôle de l'énergie atomique du Canada — Secrétariat: Ottawa, Canada K1P 5S9

LA MISE EN SERVICE DES CENTRALES NUCLÉAIRES

RÉSUMÉ

En réponse à la demande de la Commission de contrôle de l'énergie atomique, le présent rapport indique l'objectif et les exigences à remplir avant de mettre en service des centrales nucléaires. Chaque fois que cela est pratique, les systèmes devraient être soumis à des essais complets sur place. En cas contraire, le rapport présente d'autres moyens possibles.

LA MISE EN SERVICE
DES CENTRALES NUCLÉAIRES

Préface

Le 7 mai 1987, le président de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA) a demandé conseil au Comité consultatif de la sûreté nucléaire (CCSN) à propos des points suivants qui touchent la mise en service des centrales nucléaires :

- les objectifs à atteindre durant la mise en service;

- les critères de sélection des systèmes ou de l'équipement, à incorporer dans le programme de mise en service;

- les critères pour démontrer l'efficacité fonctionnelle des systèmes ou de l'équipement choisis, y compris l'étendue des essais complets des systèmes et le fondement des critères d'acceptabilité;

- les critères pour juger des cas où les essais de mise en service ne sont pas pratiques.

La demande de la CCEA faisait suite à une analyse des difficultés qui avaient été éprouvées durant les essais de mise en service de certains systèmes de sûreté et qui ont été documentées dans un rapport rédigé par les agents de la CCEA à l'intention de la Commission [1]. Ce rapport concluait qu'il faudrait réexaminer le caractère pratique d'essais plus contraignants et tenir compte des exigences relatives au calendrier pour soumettre les renseignements relatifs à la mise en service.

Table des matières

	Page
Résumé	i
Préface	ii
Table des matières	iii
1. INTRODUCTION	1
2. ANALYSE DES PROBLÈMES ACTUELS	1
3. OBJECTIF ET EXIGENCES DE MISE EN SERVICE	3
3.1 Objectif	3
3.2 Exigences	3
4. REMARQUES	4
5. GLOSSAIRE	6
Références	7
Remerciements	8

LA MISE EN SERVICE DES CENTRALES NUCLÉAIRES

1. INTRODUCTION

En 1983, le Comité consultatif de la sûreté nucléaire (CCSN) a traité de la mise en service dans son rapport CCSN-4, intitulé «Exigences générales de sûreté recommandées pour les centrales nucléaires» [2], dans lequel il déclarait que «la mise en service comprend tous les essais, examens et autres activités effectués avant l'exploitation commerciale pour s'assurer que la centrale, telle qu'elle est construite, répond à toutes les exigences nominales». Le CCSN établissait aussi, dans son rapport CCSN-4, les trois exigences suivantes à propos de la mise en service de centrales nucléaires :

«1) Un programme détaillé, complet et documenté doit être préparé et mis en oeuvre pour démontrer que l'ensemble des structures, des systèmes et des composants relatifs à la sûreté répondent ou peuvent répondre aux exigences nominales.

2) Avant la première divergence d'un réacteur nucléaire, il faut faire la preuve [documentée] que les systèmes de sûreté sont en état de fonctionner et qu'ils peuvent répondre aux exigences nominales.

3) L'état ou le fonctionnement réel de l'ensemble des structures, des systèmes et des composants relatifs à la sûreté, tel qu'établi dans le programme de mise en service, doit être documenté de façon appropriée afin de servir de base aux essais et aux inspections ultérieurs menés au cours de l'existence de la centrale.»

Pour sa part, l'Agence internationale de l'énergie atomique a défini «mise en service» comme suit : «l'ensemble des opérations qui consistent à faire fonctionner les composants et systèmes fabriqués pour une centrale et à vérifier qu'ils sont conformes aux hypothèses de conception et satisfont aux critères de performance; ils comportent des essais tant nucléaires que non nucléaires». Cette définition est conforme à la description et aux exigences du rapport CCSN-4, si l'on accepte que les «hypothèses de conception» correspondent aux exigences nominales.

2. ANALYSE DES PROBLÈMES ACTUELS

Le CCSN a examiné le document BMD 87-55 de la CCEA [1] et a discuté avec les agents de la CCEA et avec des représentants d'Ontario Hydro des problèmes qu'on y soulevait. Il a aussi examiné son rapport CCSN-4 [2] et d'autres documents [4,5,6] qui touchaient la mise en service des centrales nucléaires. Bien que tous semblent s'accorder sur les activités de mise en service à exécuter concernant les essais des composants et de rendement des systèmes en cours normal d'exploitation, les titulaires de permis diffèrent grandement d'opinion avec les agents de la CCEA au sujet des systèmes de sûreté qui sont conçus pour atténuer ou contenir les accidents au cours desquels le combustible pourrait être gravement endommagé et dégager des produits de fission radioactifs. Les plus importants de ces systèmes sont les systèmes spéciaux de sûreté qui comprennent les systèmes d'arrêt d'urgence, les systèmes de refroidissement d'urgence du coeur, ainsi que les enceintes de confinement. Ils font partie de la conception de la «défense en profondeur» des centrales et ont comme but principal de

protéger le public contre les conséquences de défaillances sérieuses, telles la rupture de canalisations de refroidissement importantes. Leurs normes de rendement ont été établies par la CCEA [4,5,6].

De par leur nature même, certains de ces systèmes spéciaux de sûreté gêneraient le fonctionnement des systèmes nécessaires à l'exploitation normale de la centrale ou auraient une interaction avec ces systèmes. Le déclenchement du système de refroidissement d'urgence du coeur en est un bon exemple, puisque ce système injecte de l'eau froide ordinaire (légère) dans le système primaire chaud de refroidissement qui est normalement rempli d'eau lourde qui coûte très cher. Le déclenchement du système d'aspersion en est un autre exemple : le système crée un déluge d'eau qui condense la vapeur produite en cas de rupture majeure du système de refroidissement primaire et inonde ainsi les aires de la centrale qui renferment les contrôles du procédé et d'autre equipement délicat.

Certains titulaires de permis prétendent qu'un ***essai complet sur place**** d'un système de sûreté, comme ceux qui sont décrits plus haut, pourrait avoir d'importantes conséquences défavorables sur les coûts d'exploitation et le calendrier des centrales et, dans certains cas, imposer des niveaux de contrainte d'urgence à l'équipement du procédé. La nécessité de ces essais, toutefois, a été prouvée à Bruce A, lorsqu'un essai du système d'aspersion que le titulaire de permis n'avait pas jugé nécessaire, mais que la CCEA avait tout de même ordonné, a révélé une faiblesse sérieuse de conception dans les colonnes montantes en fibre de verre. Un exemple plus courant des difficultés auxquelles il faut faire face est l'essai du système de recouvrement du système de refroidissement d'urgence du coeur à la centrale à tranches multiples de Darlington. Vu la configuration du système et les étapes adoptées de la construction de la centrale, il semble maintenant qu'un essai complet sur place du système de refroidissement d'urgence du coeur, qui aurait dû avoir lieu dans chaque tranche, ne peut être exécuté qu'à la tranche n° 2 (c'est-à-dire la première à pouvoir être mise en service) si l'on veut éviter des délais importants et de dommages possibles à l'équipement.

À la suite de son examen, le CCSN a conclu qu'on n'avait peut-être pas accordé suffisamment d'attention aux points suivants par le passé :

- prévoir un calendrier de construction qui permette les essais complets sur place de systèmes (surtout dans les centrales à tranches multiples);

- incorporer des caractéristiques de conception qui permettent des ***essais partiels sur place*** **d'un système** pour prouver le complet rendement du système sur place, si un essai complet sur place du système n'est pas pratique;

- effectuer des ***essais de certification*** des composants, sous-systèmes, systèmes et structures ***liés à la sûreté***;

- s'assurer que les composants, sous-systèmes, systèmes et structures liés à la sûreté qui doivent continuer à fonctionner après le déclenchement des systèmes spéciaux de sûreté sont certifiés pour les conditions appropriées.

---

* Les termes en italique sont définis dans le glossaire.

3. OBJECTIF ET EXIGENCES DE MISE EN SERVICE

Dans les paragraphes qui suivent, la mise en service des systèmes de sûreté est explicitée à la lumière de la position du CCSN dans son rapport CCSN-4 où il discutait de l'objectif de la mise en service et des exigences requises pour l'atteindre.

3.1 Objectif

Le CCSN réitère que l'objectif de la mise en service est d'assurer que chaque composant, sous-système,système ou structure d'une centrale sera capable de remplir ses exigences nominales tout au long de son existence. Comme la planification et l'exécution représentent les principaux éléments de la mise en service, cet objectif ne pourra être atteint que si tous les essais et examens ont été bien intégrés dans le calendrier de construction.

3.2 Exigences

Le CCSN croit que les exigences spécifiques pour la mise en service des systèmes spéciaux de sûreté, qui sont prévues dans les guides de réglementation C-7, C-8 et C-9 de la CCEA [4,5,6] et dont le CCSN a eu l'occasion d'examiner l'ébauche [7], sont en accord avec les exigences générales recommandées dans son rapport CCSN-4.

Les exigences de mise en service recommandées dans le rapport CCSN-4 (section F) sont reprises ci-dessous et sont développées pour aider à résoudre certains problèmes courants de mise en service et à éviter qu'ils ne se reproduisent.

F.1 UN PROGRAMME DÉTAILLÉ, COMPLET ET DOCUMENTÉ DOIT ÊTRE PRÉPARÉ ET MIS EN OEUVRE POUR DÉMONTRER QUE L'ENSEMBLE DES STRUCTURES, DES SYSTÈMES ET DES COMPOSANTS RELATIFS À LA SÛRETÉ RÉPONDENT OU PEUVENT RÉPONDRE AUX EXIGENCES NOMINALES.

Un projet de programme de mise en service devrait être établi le plus tôt possible durant la conception et mis à jour périodiquement à mesure que la conception progresse. Le projet devrait faire en sorte que la construction, ou l'exploitation d'une tranche déjà achevée dans une centrale à tranches multiples, n'empêche aucune mesure de mise en service nécessaire ou ne nuise pas à l'objectif de quelque façon que ce soit.

Le concepteur doit tenir compte de la nécessité éventuelle de prouver le bon rendement du système, du sous-système, du composant ou de la structure qui a été installé dans la centrale. L'utilisation des mots «peuvent répondre» dans la présente exigence laisse entendre que l'on reconnaît que l'essai complet sur place de l'équipement lié à la sûreté sous les charges prévues ou dans les conditions ambiantes prévues n'est pas toujours pratique ou même nécessaire. Dans ce cas, il faut prévoir d'autres moyens pour prouver que l'équipement est bien conforme à ses exigences nominales, comme le prévoit l'exigence F.2 ci-dessous.

F.2 AVANT LA PREMIÈRE DIVERGENCE D'UN RÉACTEUR NUCLÉAIRE, IL FAUT FAIRE LA PREUVE [DOCUMENTÉE] QUE LES SYSTÈMES DE SÛRETÉ SONT EN ÉTAT DE FONCTIONNER ET QU'ILS PEUVENT RÉPONDRE AUX EXIGENCES NOMINALES.

Pour satisfaire l'exigence F.2, il faut prouver que les systèmes, sous-systèmes, composants et structures liés à la sûreté fonctionneront comme prévu selon les exigences nominales sous les charges prévues et dans les conditions ambiantes prévues. Ces charges et ces conditions doivent être établies par des analyses de sûreté qui sont basées soit sur les meilleures estimations soit sur la prudence.

Dans le cas de systèmes fonctionnels, on satisfait le critère de rendement si la conception de tels systèmes permet l'exécution d'essais complets sur place, ou l'essai partiel des sous-systèmes ou des composants sur place de telle façon que l'on puisse démontrer que l'ensemble du système fonctionnera comme prévu. Toutefois, les caractéristiques qui permettent les essais partiels ne doivent pas nuire à l'objectif fonctionnel de l'ensemble du système. Pour satisfaire l'exigence de preuve documentée, il faut disposer d'une documentation qui comprend les résultats de tout essai pertinent de concepts, de composants, de sous-systèmes, de systèmes ou de structures et qui prouve que l'essai de certification de l'équipement est concluant [8]. Cette approche peut servir également dans le cas du nouvel équipement lié à la sûreté qui est introduit dans une installation nucléaire existante.

Dans le cas de structures liées à la sûreté comme les enceintes de confinement, les essais normaux de résistance, d'intégrité et d'étanchéité requis par les codes et guides réglementaires applicables devraient être utilisés pour démontrer que ces structures sont conformes à leurs exigences nominales. Si un titulaire de permis ne veut pas certifier les composants du procédé dans les conditions ambiantes de ces essais, le calendrier de construction devrait alors être modifié pour que les essais puissent être exécutés avant l'installation des composants non certifiés.

F.3 L'ÉTAT OU LE FONCTIONNEMENT RÉEL DE L'ENSEMBLE DES STRUCTURES, DES SYSTÈMES ET DES COMPOSANTS RELATIFS À LA SÛRETÉ, TEL QU'ÉTABLI DANS LE PROGRAMME DE MISE EN SERVICE, DOIT ÊTRE DOCUMENTÉ DE FAÇON APPROPRIÉE AFIN DE SERVIR DE BASE AUX ESSAIS ET AUX INSPECTIONS ULTÉRIEURS AU COURS DE L'EXISTENCE DE LA CENTRALE.»

Aucun éclaircissement n'est nécessaire.

4. REMARQUES

En réponse aux points précis qui ont été soulevés dans la préface, l'objectif à atteindre durant la mise en service est d'assurer que chaque composant, sous-système, système ou structure de centrale nucléaire sera capable de satisfaire ses exigences nominales tout au long de son existence prévue. La preuve requise pour fournir cette assurance comprend nécessairement les résultats des essais de certification de l'équipement, de même que les résultats des essais sur place.

Tous les systèmes doivent faire partie du programme de mise en service. Comme nous l'avons indiqué plus haut, des cas pourraient exister où un essai complet sur place d'un système de sûreté n'est pas pratique ou même nécessaire. Dans de telles circonstances, d'autres moyens doivent être utilisés, comme les essais partiels sur place pour s'assurer que les exigences nominales sont satisfaites.

Le CCSN croit que les exigences notées et élaborées ci-dessus sont capitales pour assurer la bonne mise en service de toute centrale nucléaire. Elles s'appliquent autant aux nouvelles centrales qu'aux nouveaux systèmes de sûreté installés dans des centrales qui sont déjà en exploitation.

5. GLOSSAIRE

ESSAI COMPLET SUR PLACE [DE SYSTÈME] – Essai fonctionnel de l'ensemble d'un système de sûreté installé dans la centrale nucléaire.

ESSAI DE CERTIFICATION – Essai exécuté pour démontrer qu'un système, sous-système, composant ou structure lié à la sûreté fonctionnera comme prévu selon les exigences nominales, sous les charges et dans les conditions ambiantes, y compris les conditions d'accident, auxquelles il pourrait être sourais sur place. L'état de l'équipement devrait traduire la dégradation prévue, due au vieillissement (normalement la condition qui existe à la fin de l'existence prévue dans la conception), dans la mesure où des techniques valables de vieillissement accéléré existent.

ESSAI PARTIEL SUR PLACE [DE SYSTÈME] – Dans certains cas, un essai complet sur place d'un système de sûreté peut ne pas être pratique ou même nécessaire. Il faut alors démontrer par des essais partiels sur place que le système de sûreté peut satisfaire ses exigences nominales. Des essais partiels sur place acceptables pourraient comprendre :

a) dans le cas de systèmes de sûreté qui comportent des sous-systèmes, composants ou structures indépendants (par exemple, les systèmes d'enceinte), des essais séparés de chaque sous-système, composant ou structure indépendant;

b) dans le cas de systèmes qui ne comportent pas de sous-systèmes, composants ou structures indépendants, des essais chevauchants durant lesquels l'ensemble du système est éprouvé au départ, sauf un composant dont le fonctionnement est bloqué, puis l'ensemble du système est éprouvé de nouveau une fois que le composant bloqué a été remis en fonctionnement et qu'un autre composant qui fonctionnait auparavant est maintenant bloqué.

Dans les deux cas, les essais doivent démontrer de manière concluante que l'ensemble du système peut satisfaire ses exigences nominales au besoin.

LIÉ À LA SÛRETÉ – Terme utilisé pour qualifier les systèmes, sous-systèmes, composants, structures, caractéristiques nominales et activités qui, par suite de l'impossibilité de fonctionner selon les exigences nominales, pourraient augmenter considérablement le risque radiologique du public et des employés de la centrale. Le terme s'applique à une variété d'articles, allant de ceux qui ont une fonction très importante à ceux qui ont un effet moindre sur la sûreté. En général, plus le risque est élevé en cas de défaillance de l'article, plus la notion de «sûreté» est importante.

RÉFÉRENCES

1. "Review of Commissioning of CANDU Nuclear Power Plants in Light of Problems during ECI Tests on Pickering A, Unit 1", AECB BMD 87-55, December 1986.

2. «Exigences générales de sûreté recommandées pour les centrales nucléaires», CCSN-4, CCEA INFO-0116, juin 1983.

3. Agence internationale de l'énergie atomique, «Procédures des essais de mise en service des centrales nucléaires – Guide de sûreté», Collection Sécurité 50-SG-O4, 1980.

4. Commission de contrôle de l'énergie atomique, «Les systèmes de confinement des centrales nucléaires CANDU», C-7 (Rév. 1), mai 1982.

5. Commission de contrôle de l'énergie atomique, «Les systèmes d'arrêt d'urgence des centrales nucléaires CANDU», C-8 (Rév. 1), mai 1982.

6. Commission de contrôle de l'énergie atomique, «Les systèmes de refroidissement d'urgence des centrales nucléaires CANDU», C-9 (Rév. 1), mai 1982.

7. Commission de contrôle de l'énergie atomique. Comité consultatif de la sûreté nucléaire, «Recommandations relatives aux projets de guides de réglementation n^{os} 40, 41, 42», CCSN-1, INFO-0054, juin 1981.

8. Agence internationale de l'énergie atomique, «Guide pour la sûreté des centrales nucléaires : Conception», Série Sécurité 50-C-D (Rév. 1), 1988, sections 1206-1207.

REMERCIEMENTS

Membres du groupe de travail

A. Biron, président

O.R. Lundell

A. Pearson

J.T. Rogers

Membres du Secrétariat

R.J. Atchison

G. Plante (traduction)

Tous les membres du Comité consultatif de la sûreté nucléaire